Regulatory Document

Texte de réglementation

Atomic Energy Control Board

Commission de contrôle de l'énergie atomique

REGULATORY DOCUMENT R-77

Regulatory Policy Statement

OVERPRESSURE PROTECTION REQUIREMENTS FOR PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSTEMS IN CANDU POWER REACTORS FITTED WITH TWO SHUTDOWN SYSTEMS

Effective date:

October 20, 1987

Canada

THE AECB REGULATORY DOCUMENTS SYSTEM

1. Siting, design, manufacture, construction, commissioning, operation, and decommissioning of nuclear facilities, or the production, possession, use and disposal of prescribed substances, in Canada or under Canadian control, are subject to the provisions of the Atomic Energy Control Act and Regulations administered by the Atomic Energy Control Board (AECB).

2. In addition to the Atomic Energy Control Regulations, three other categories of Regulatory Document are employed by the AECB. These are:

   Generic Licence Conditions - standard sets of conditions that are included in particular AECB licences of a common type, unless specific circumstances indicate otherwise;

   Regulatory Policy Statements - firm expressions that particular "requirements" not expressed as Regulations or Licence Conditions be complied with or that any requirements be met in a particular manner but where the AECB retains the discretion to allow deviations or to consider alternative means of attaining the same objectives where a satisfactory case is made; and

   Regulatory Guides - guidance or advice on any aspect of the AECB's regulatory process that is given in a manner less rigid than that intended by Policy Statements.

3. In developing Regulatory Documents, the AECB publishes its proposals as Consultative Documents in order to solicit comments both from the nuclear industry and from the public. This is done prior to releasing any Regulatory Document in final form. In certain cases, after the period for public comment, a Consultative Document may be issued for "trial use". This is done for a limited period of time to gain practical experience. Following the period of trial use, the revised document is re-issued for further public comment prior to release in final form.

4. Comments on Consultative Documents and suggestions for new Regulatory Documents and for improvement to those that exist are encouraged and should be directed to the Health Effects and Regulatory Documents Section of the AECB.

5. Copies of Consultative Documents, Regulatory Documents and related index lists are available in both English and French on request from the Office of Public Information. Requests for technical information on and interpretation of documents should be addressed to this office.

6. The Atomic Energy Control Board may be contacted as follows:

   Postal address: Atomic Energy Control Board
   P.O. Box 1046
   Ottawa, Ontario
   CANADA
   K1P 5S9

   Telephone
   General Inquiries: (613) 995-5894

OVERPRESSURE PROTECTION REQUIREMENTS FOR PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSTEMS IN CANDU POWER REACTORS FITTED WITH TWO SHUTDOWN SYSTEMS

1. INTRODUCTION

The overpressure protection requirements of Article NB 7000 of Section III of the American Society of Mechanical Engineers Boiler and Pressure Vessel Code (ASME Code) are incorporated in the National Standard of Canada N285.1 [Ref. 1]. These requirements do not, however, refer to a particular nuclear system design. This is recognized in paragraphs NCA-2141 and NB-7120 of the ASME Code which make reference to the requirements of the appropriate regulatory authority for guidance.

For CANDU power reactors fitted with two shutdown systems, some guidance is given in the Atomic Energy Control Board (AECB) Regulatory Document R-10 [Ref. 2], but this does not address overpressure protection as a specific topic and further clarification is required. This document seeks to provide such clarification.

NOTE: In this document, references are made to Section III of the 1980 Edition of the ASME Code. This is for convenience only; the requirements stated herein apply to whichever edition of the Code is being applied at a particular reactor site.

2. PROBLEM DEFINITION

2.1 Reference 2 requires that CANDU power reactors be fitted with two independent shutdown systems, and that each of these should incorporate two diverse trip parameters for serious process failures requiring shutdown action, insofar as this is practicable. Because the reactor shutdown systems form part of an integrated overpressure protection system, it is necessary to define the role of each of the shutdown systems (and of each trip parameter) in the integrated system. Specifically, it is necessary to define appropriate service limits for events or failures which lead to overpressure and which occur coincidently with various shutdown system impairments (e.g., failure of one trip parameter of a shutdown system).

2.2 Where power-actuated relief valves are connected to instrumentation associated with one or both shutdown systems, the credit which may be given to these valves under conditions of shutdown system impairment must be specified in the overpressure protection analysis.

2.3 Shutdown system action is normally only required for overpressure protection of primary heat transport systems. Therefore, the requirements of this document apply exclusively to primary heat transport systems.

2.4 Shutdown system action can make no contribution to overpressure protection in situations where the reactor is initially at zero power and remains at zero power. The requirements of this document do not apply to such situations.

3. ALLOWABLE SERVICE CONDITIONS

3.1 In order to define the allowable service conditions following certain events or failures, the latter have been graded in terms of probability of occurrence. This is necessary if service conditions with various shutdown system impairments are to be specified, because of the probabilistic nature of the impairments themselves. The events or failures have been graded into three categories according to the frequency at which they are expected to occur:

(a) moderate frequency,

(b) low frequency, or

(c) extremely low frequency.

Agreement is to be reached between the licensee and the AECB as to the correct placement of individual events in these categories on a case-by-case basis. To assist in this process the following numerical ranges of probability of occurrence are suggested:

(a) moderate frequency $> 10^{-2}$/year,

(b) low frequency $10^{-2} - 10^{-4}$/year,

(c) extremely low frequency $< 10^{-4}$/year.

3.2 Table I states the allowable service limit for each of the event categories assuming that either:

(a) the first shutdown system trips as intended; or

(b) the first shutdown system fails to act, but the second shutdown system trips.

The "first shutdown system" is the one which is intended to trip first for the particular event under consideration. It may be either of the two shutdown systems (i.e., either SDS1 or SDS2).

3.3 In analyses to demonstrate that the requirements of Table I are met:

(a) process system protective action (including regulating system action) must not be credited; and

(b) only second trip parameters in each of the shutdown systems may be credited (except for the special cases outlined in Sections 3.4 to 3.6 below).

This is consistent with the more general requirements of Reference 1.

3.4 The first trip parameter may be credited in the case where this trip parameter is high pressure in the system under consideration. (This recognizes the unique relevance of a high-pressure trip to overpressure protection.)

3.5 In a case where only one trip parameter is installed in the first shutdown system and where this parameter is not high pressure in the system under consideration, the service limits given for the first shutdown system in Table I must be met by the first parameter of the second shutdown system.

3.6 In a case where only one trip parameter is installed in the second shutdown system, this trip parameter may be credited.

4. CONNECTIONS BETWEEN POWER-ACTUATED RELIEF VALVES AND SHUTDOWN SYSTEMS

4.1 In reactor plants where power-actuated relief valves are installed and are connected to the instrumentation associated with one of the shutdown systems, these relief valves should be considered as part of the shutdown system in question. Consequently, such relief valves should only be credited in analyses in which it is assumed that the shutdown system in question trips.

NOTE: Where power-actuated relief valves are connected to the first shutdown system's instrumentation, it is conceivable that operation of these valves without a successful reactor trip could occur. It can be argued that such operation could lead to more severe overpressure conditions by delaying a trip of the second shutdown system. In this case, analyses both with and without relief valve operation are required.

4.2 Where power-actuated relief valves are installed but are not connected to the instrumentation associated with either shutdown system, these relief valves may be credited in all overpressure protection analyses, providing that:

(a) each relief valve is equipped with its own instrumentation (and power supplies, etc.) so that no single failure would result in the disablement of more than one relief valve; and

(b) this instrumentation is designed to the same standards as equivalent instrumentation in the shutdown systems.

These requirements are consistent with those of:

(a) paragraph NB-7532 of the ASME code;

(b) paragraph 7.2.4.2 of CSA Standard N285.1 [Ref. 1].

TABLE 1

OVERPRESSURE PROTECTION REQUIREMENTS FOR PRIMARY HEAT TRANSPORT SYSTEMS
IN CANDU POWER REACTORS
FITTED WITH TWO SHUTDOWN SYSTEMS

FREQUENCY OF EVENT OR FAILURE	SERVICE LIMIT WITH TRIP OF:*	
	1ST SHUTDOWN SYSTEM	2ND SHUTDOWN SYSTEM
MODERATE	B	C
LOW	C	D
EXTREMELY LOW	D	D

NOTES:
1. Process system protective action (including regulating system action) may not be credited.
2. Second trip parameters only may be credited, except as outlined in note 3 below.
3. The first trip parameter may be credited if it is high pressure in the system under consideration.
4. The "first shutdown system" is first to trip (it may be either SDS1 or SDS2).

*Level B, C and D Service Limits are those defined in the General Requirements under Section III of the American Society of Mechanical Engineers Boiler and Pressure Vessel Code (ASME Code).

REFERENCES

1. CAN3-N285.1-M81, Requirements for Class 1, 2 and 3 Pressure-Retaining Systems and Components in CANDU Nuclear Power Plants.

2. AECB Regulatory Document R-10, The Use of Two Shutdown Systems in Reactors. January 1977.

Regulatory Document

Texte de réglementation

Atomic Energy Control Board

Commission de contrôle de l'énergie atomique

TEXTE DE RÉGLEMENTATION R-77

Déclaration de principe en matière de réglementation

EXIGENCES POUR LA PROTECTION CONTRE LA SURPRESSION DANS LE CIRCUIT CALOPORTEUR PRIMAIRE DES RÉACTEURS DE PUISSANCE CANDU MUNIS DE DEUX SYSTÈMES D'ARRÊT D'URGENCE

Date d'entrée en vigueur :

le 20 octobre 1987

Canada

TEXTES DE RÉGLEMENTATION DE LA CCEA

1. Le choix d'emplacement, la conception, la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation et le déclassement d'installations nucléaires ou la production, la possession, l'utilisation et l'élimination de substances prescrites, au Canada ou sous contrôle canadien, sont assujettis aux dispositions de la Loi sur le contrôle de l'énergie atomique et de son Règlement d'application, dont l'administration relève de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA).

2. En plus du Règlement susmentionné, la CCEA utilise trois catégories de textes de réglementation. En voici une courte description.

   Conditions générales d'autorisation de permis - ensemble de conditions types figurant dans tous les permis similaires délivrés par la CCEA, à moins de circonstances exceptionnelles;

   Déclarations de principe en matière de réglementation - déclarations laissant clairement entendre que certaines "exigences" qui ne figurent ni dans le Règlement ni dans les conditions des permis sont obligatoires ou que certaines exigences doivent être respectées d'une façon déterminée laissant également entendre que la CCEA se réserve le droit de permettre des écarts ou d'envisager d'autres façons d'en arriver aux mêmes fins, lorsque ces façons semblent convenir; et

   Guides de réglementation - directives ou conseils donnés sur tout aspect de la réglementation assurée par la CCEA mais formulés de façon moins rigoureuse que dans les déclarations de principe.

3. Lors de l'élaboration de ses textes de réglementation, la CCEA en publie d'abord le projet à titre de Document de consultation, afin de connaître les commentaires du secteur nucléaire et du grand public, avant que le projet de texte de réglementation paraisse sous sa forme définitive. Dans certains cas, après l'achèvement de la période réservée aux commentaires, la Commission peut faire mettre le document de consultation à l'essai pratique pour un temps limité. Après cette période d'essai, on demande encore une fois l'opinion du public, avant que le document révisé soit publié sous sa forme définitive.

4. Tout commentaire sur les documents de consultation et toute suggestion à l'égard des nouveaux textes de réglementation ou ceux déjà en vigueur sont les bienvenus; il suffit de les transmettre à la section des Effets sur la santé et documents de réglementation de la CCEA.

5. On peut se procurer des exemplaires des documents de consultation et des textes de réglementation, dans les deux langues officielles, en s'adressant au Bureau d'information publique. Toute demande de renseignements techniques ou d'interprétation des textes devrait être acheminée au Bureau susmentionné.

6. L'adresse de la CCEA est la suivante:

   Commission de contrôle de l'énergie atomique
   C.P. 1046
   Succursale "B"
   OTTAWA (Ontario)
   CANADA K1P 5S9

   Renseignements: (613) 995-5894

EXIGENCES POUR LA PROTECTION CONTRE LA SURPRESSION DANS LE CIRCUIT CALOPORTEUR PRIMAIRE DES RÉACTEURS DE PUISSANCE CANDU MUNIS DE DEUX SYSTÈMES D'ARRÊT D'URGENCE

1. INTRODUCTION

Les exigences relatives à la protection de l'article NB 7000 de la section III du Boiler and Pressure Vessel Code de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME Code) sont reprises dans la norme nationale du Canada N285.1 (référence 1). Ces exigences, cependant, ne traitent pas d'une conception de système nucléaire particulière . Cet élément est reconnu dans les paragraphes NCA-2141 et NB-7120 de l'ASME Code qui renvoie aux exigences de l'autorité réglementaire pertinente pour avoir plus de renseignements.

En ce qui a trait aux réacteurs de puissance CANDU munis de deux systèmes d'arrêt d'urgence, il existe certaines directives dans le document de réglementation R-10 (référence 2) de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA), mais le document lui-même ne traite pas en particulier de la protection contre la surpression. Le présent document a donc pour but de fournir les indications plus claires qui s'imposaient.

NOTA : Les références à la section III de l'ASME Code renvoient, pour des raisons d'ordre pratique seulement, à l'édition de 1980. Les exigences mentionnées dans le présent document s'appliquent à toute édition du Code utilisée pour un projet de réacteur particulier.

2. HISTORIQUE DU PROBLÈME

2.1 Selon les prescriptions de la référence 2, les réacteurs de puissance CANDU doivent être équipés de deux systèmes d'arrêt d'urgence indépendants, chacun étant muni, dans la mesure du possible, de deux paramètres de déclenchement distincts pour toute défaillance grave des systèmes de procédé nécessitant l'arrêt du réacteur. Étant donné que les systèmes d'arrêt d'urgence font partie intégrante d'un système de protection contre la surpression, il est nécessaire de déterminer le rôle de chacun des systèmes d'arrêt d'urgence et de chacun des paramètres de déclenchement dans le système complet. Il importe particulièrement d'établir des limites de contraintes opérationnelles adéquates pour tout incident ou toute défaillance occasionnant une surpression coïncidant avec diverses pannes du système d'arrêt d'urgence (par exemple, la défaillance d'un paramètre de déclenchement dans un système d'arrêt d'urgence).

2.2 Lorsque les soupapes de décharge à servo-commande sont reliées aux instruments associés à l'un des systèmes d'arrêt d'urgence, ou aux deux, il importe de préciser, dans l'analyse de protection contre la surpression, les limites d'efficacité de ces soupapes en divers cas de défaillance d'un système d'arrêt d'urgence.

2.3 Vu que seul le circuit caloporteur primaire nécessite normalement la protection contre la surpression, les exigences prévues dans le présent document ne s'appliquent donc uniquement qu'aux composants de ce système.

2.4 Le système d'arrêt d'urgence ne peut contribuer en aucune façon à la protection contre la surpression si le réacteur est à l'arrêt au départ et continue à ne produire aucune puissance. Les exigences du présent document ne s'appliquent pas à une telle situation.

3. CONDITIONS OPÉRATIONNELLES ADMISSIBLES

3.1 Dans le but de déterminer les conditions opérationnelles admissibles à la suite de certains incidents ou défaillances, ces derniers ont été catégorisés en termes de probabilité. Cette mesure s'impose si des conditions opérationnelles comportant diverses défaillances du système d'arrêt d'urgence doivent être précisées et à cause de la nature probabiliste de ces défaillances. Les incidents ou les défaillances sont donc répartis en trois catégories générales selon les fréquences prévues suivantes :

a) à fréquence moyenne;

b) à basse fréquence;

c) à très basse fréquence.

Il incombe au titulaire de permis d'en venir à un accord avec la CCEA au sujet de la catégorisation correcte des événements individuels à partir d'une étude cas par cas. Les suggestions suivantes d'éventails numériques de probabilité faciliteront peut-être la tâche :

a) fréquence moyenne $> 10^{-2}$/année,

b) basse fréquence 10^{-2} à 10^{-4}/année,

c) très basse fréquence $< 10^{-4}$/année.

3.2 Le tableau I fait état de chaque limite opérationnelle admissible pour chacune des catégories d'incidents, en supposant que l'une des situations suivantes se produit :

a) le premier système d'arrêt d'urgence se déclenche tel que prévu;

b) le premier système d'arrêt d'urgence fait défaut, mais le second système d'arrêt d'urgence se déclenche.

Le «premier système d'arrêt d'urgence» est celui qui devrait se déclencher le premier dans le cas en question; ce peut être l'un ou l'autre des deux systèmes d'arrêt d'urgence, soit le SAU-1, soit le SAU-2.

3.3 Dans le cas d'analyses servant à démontrer la conformité aux exigences du tableau I,

a) il ne faut pas tenir compte du fonctionnement d'aucun système de protection du procédé, y compris le système de régulation;

b) on ne peut seulement tenir compte que des deuxièmes paramètres de déclenchement de chaque système d'arrêt d'urgence (sauf pour les cas spéciaux mentionnés aux paragraphes 3.4, 3.5 et 3.6).

Ceci est conforme aux exigences plus générales exposées à la référence 1.

3.4 On peut tenir compte du premier paramètre de déclenchement seulement dans le cas où ce paramètre en est un de haute pression dans le système en question. Ceci atteste l'importance primordiale du déclenchement par haute pression dans le cadre de la protection contre la surpression.

3.5 Dans le cas où le premier système d'arrêt d'urgence n'est muni que d'un seul paramètre de déclenchement qui n'en est pas un de haute pression dans le système en question, le premier paramètre du deuxième système d'arrêt d'urgence doit respecter les limites opérationnelles données au tableau 1 pour le premier système d'arrêt d'urgence.

3.6 Dans le cas où il n'y a qu'un paramètre de déclenchement dans le deuxième système d'arrêt d'urgence, on peut tenir compte de celui-ci.

4. LIENS ENTRE LES SOUPAPES DE DÉCHARGE À SERVO-COMMANDE ET LES SYSTÈMES D'ARRÊT D'URGENCE

4.1 Lorsque l'on installe des soupapes de décharge à servo-commande dans une centrale nucléaire et qu'on les relie aux instruments associés à l'un des systèmes d'arrêt d'urgence, il faut considérer ces soupapes de décharge à servo-commande comme composants du système d'arrêt d'urgence en question. Par conséquent, il ne faut tenir compte du fonctionnement de ces soupapes que dans les analyses où l'on suppose que le système d'arrêt d'urgence en question se déclenche normalement.

NOTA : Dans le cas où les soupapes de décharge à servo-commande sont reliées aux instruments du premier système d'arrêt d'urgence, il est possible que les soupapes puissent fonctionner sans que l'arrêt du réacteur soit déclenché; ceci pourrait entraîner une plus grande surpression en retardant le déclenchement du deuxième système d'arrêt d'urgence. Dans ce cas, il faut procéder à des analyses des deux modes, c'est-à-dire avec et sans fonctionnement des soupapes de décharge.

4.2 Lorsque des soupapes de décharge à servo-commande sont installées sans être reliées aux instruments associés à l'un ou l'autre des systèmes d'arrêt d'urgence, on peut tenir compte du fonctionnement de ces soupapes dans toute analyse concernant la protection contre la surpression, pourvu que :

a) chacune des soupapes de décharge soit munie de sa propre source d'énergie et d'instruments individuels, afin d'éviter toute défaillance commune des soupapes à la suite d'une défaillance particulière; et que

b) la conception des instruments soit conforme aux mêmes normes qui s'appliquent aux instruments équivalents des systèmes d'arrêt d'urgence.

Ces exigences correspondent aux normes suivantes :

a) paragraphe NB-7532 de l'ASME Code, et

b) paragraphe 7.2.4.2. de la norme N285.1 de l'ACNOR (référence 1).

TABLEAU I

EXIGENCES POUR LA PROTECTION CONTRE LA SURPRESSION
DU CIRCUIT CALOPORTEUR PRIMAIRE DES RÉACTEURS DE PUISSANCE CANDU
MUNIS DE DEUX SYSTÈMES D'ARRÊT D'URGENCE

FRÉQUENCE DE L'INCIDENT OU DE LA DÉFAILLANCE	LIMITE OPÉRATIONNELLE EN CAS DE DÉCLENCHEMENT*	
	1er SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE	2e SYSTÈME D'ARRÊT D'URGENCE
Moyenne	B	C
Basse	C	D
Très basse	D	D

NOTES : 1. On ne peut pas tenir compte du fonctionnement des systèmes de protection du procédé, y compris du système de régulation.

2. On ne peut seulement tenir compte que des deuxièmes paramètres de déclenchement, sauf dans les cas mentionnés à la note 3.

3. On peut tenir compte du premier paramètre de déclenchement seulement s'il en est un de haute pression dans le système en question.

4. L'expression «premier système d'arrêt d'urgence» signifie le premier système à se déclencher, que ce soit le SAU-1 ou le SAU-2.

---

* Les niveaux B, C et D sont définis dans les exigences générales de la section III du Boiler and Pressure Vessel Code de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME Code).

RÉFÉRENCES

1. ACNOR, Norme CAN3-N285.1-M81, «Exigences relatives aux systèmes et aux composants sous presssion des classes 1, 2 et 3 des centrales nucléaires CANDU».

2. CCEA, Document de réglementation R-10, «L'utilisation de deux systèmes d'arrêt des réacteurs», janvier 1977.